

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

🏠 Wed. Sep 11, 2024 11:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:00 AM - 2:55 AM UTC 🏠 Room B(Reecture RoomsA 1FA102)

[1B01-03] Measurement and Control Systems of Nuclear Reactors

Chair: Akio Gofuku (Okayama Prefectural Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1B01]

Gamma-ray measurement in JRR-3 vertical irradiation capsule using a self-powered detector

*Ryoma Takeda¹, Takazumi Ohmori¹, Kento Mitsui¹, Tomoaki Takeuchi¹, Hiroki Ushijima¹, Yoshinori Matsui¹, Daisuke Nio¹, Yasuichi Endo¹, Yuji Okada¹, Hiroshi Ide¹ (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1B02]

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis

*Yoshitaka Ueki¹, Itsuki Hirako¹, Kosuke Aizawa², Kuniaki Ara¹ (1. TUS, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1B03]

Implementation of Backup System in PWR Digital Reactor Protection System Considering Software Common Cause Failure Countermeasures

*Masafumi Utsumi¹, Osamu Shibuya¹, Hiroshi Shirasawa¹, Kenta Shimizu¹, Tetsuo Saguchi¹ (1. MHI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

自己出力型検出器を用いた JRR-3 垂直照射キャプセル内のガンマ線計測

Gamma-ray measurement in JRR-3 vertical irradiation capsule using a self-powered detector

*武田 遼真¹, 大森 崇純¹, 光井 研人¹, 武内 伴照¹, 牛島 寛章¹, 松井 義典¹,
仁尾 大資¹, 遠藤 泰一¹, 岡田 祐次¹, 井手 広史¹

¹JAEA

JRR-3 垂直照射キャプセル保護管内のヒータ線アダプタ部ではガンマ線による特性劣化が懸念されるため、自己出力型ガンマ線検出器 (SPGD) を用いたアダプタ下部位置におけるガンマ線量の評価を試みた。その結果、キャプセル保護管内におけるリアルタイムのガンマ線量率に関するデータが取得できた。

キーワード : JRR-3, 照射試験, ガンマ線, 自己出力型検出器, SPGD

1. 緒言

キャプセルの温度制御に用いるヒータ線は、キャプセル保護管内のアダプタ部でシース線からソフトケーブルに変換しており、アダプタ部はエポキシ樹脂により絶縁されている。原子炉運転中、炉心からのガンマ線を受けることで、ヒータの絶縁性の劣化を招く可能性がある。そのため、キャプセル保護管内のガンマ線量について in-situ で測定が可能な SPGD を用いて評価を試みた。

2. 実験

キャプセル下端から軸方向+120cm の位置のキャプセル保護管内にエミッタの材質が鉛、サイズが $\phi 3 \times 150$ mm である SPGD を装荷し、1 サイクル (R6/5/7~5/31) 間の連続照射試験を行った。図 1 に SPGD の設置位置を示す。

3. 結果・考察

JRR-3 運転時の SPGD 出力電流値と炉出力の関係を図 2 に示す。図 2 (a) の原子炉起動時には、炉出力 100kW から SPGD の出力電流に有意な上昇が見られ、各出力のステップ状の上昇に従い比例していることが確認された。SPGD 出力電流について、⁶⁰Co 照射場における校正定数を用いてガンマ線量率に換算したところ、20MW 定格運転時で約 12kGy/h となった^[1]。図 2 (c) の原子炉停止時には、炉出力及び SPGD の信号が約 2 分で 10 分の 1 以下にまで急減衰したことから、SPGD の出力は主に核分裂に伴う即発ガンマ線及び ²⁷Al の (n, γ) 反応によるものと考えられる。その後、SPGD 出力値は緩やかに減衰しており、放射化した ²⁸Al 等及び短半減期の FP 核種等の崩壊ガンマ線による影響が示唆された。

一方、図 2 (b) の 20MW 定格運転時には、運転開始から約 2 週間にわたり SPGD 出力が上昇し続け、約 3 倍まで増加した。これは、原子炉の運転に伴って生成した Np-239 等の放射性核種の増加とその崩壊ガンマ線や、定格運転中の制御棒 (R-2) の引き抜きにより、ガンマ線分布が炉心軸方向上部へシフトしたことによる影響と考えられる。なお、同キャプセル内に設置した熱電対による照射温度分布測定結果からも、照射サイクル初期~中期においてガンマ発熱率分布が上部方向にシフトしているとの解析結果であったことから、定格運転中にキャプセル温度分布に有意な影響を与えるガンマ線量率分布の変動があったものと考えられる。

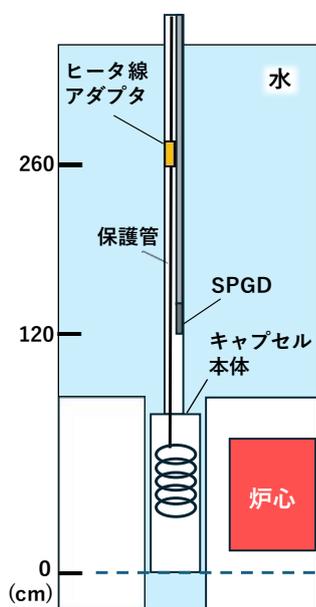


図 1. SPGD の設置位置

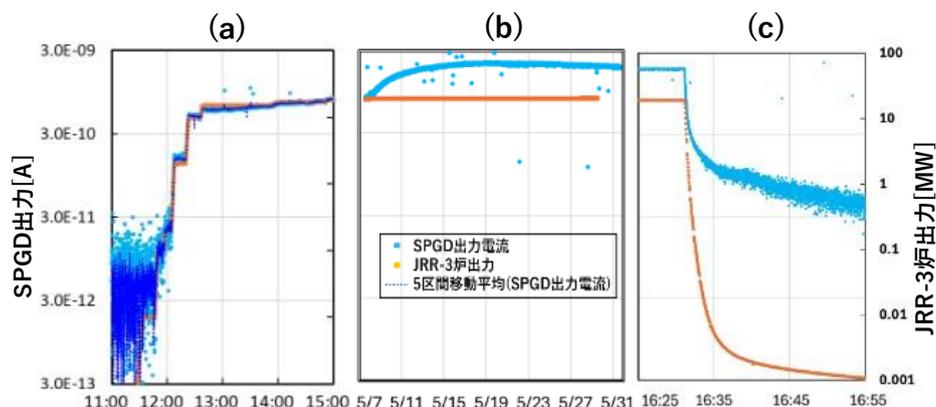


図 2. (a)炉起動時(5/7)、(b)定格運転時、(c)炉停止時(5/31)における SPGD 出力電流と JRR-3 炉出力の関係

参考文献

[1] T. Takeuchi, N. Ohtsuka, A. Shibata, K. Tsuchiya, J. Nucl. Sci. Technol. 51, 939–943 (2014)

*Ryoma Takeda¹, Takazumi Ohmori¹, Kento Mitsui¹, Tomoaki Takeuchi¹, Hiroki Ushijima¹, Yoshinori Matsui¹, Daisuke Nio¹, Yasuichi Endo¹, Yuji Okada¹, Hiroshi Ide¹

¹JAEA

データ駆動型音響診断を基盤とした Na 冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis

*植木 祥高¹, 平子 樹¹, 相澤 康介², 荒 邦章¹

¹東京理科大学, ²日本原子力研究開発機構

Na 高速炉の炉心における冷却材沸騰事象の早期検知と推移把握を目的とし、当該炉心局所異常に伴う異常検知技術開発に必要な基礎知見の取得整備並びに基本的成立性を示すことを目標に、音響識別によるサブクール沸騰の発生検知及び推移把握に適合する深層学習の手法構築および性能評価を行った。

キーワード：深層学習、音響診断、沸騰、畳み込みニューラルネットワーク、説明可能 AI

1. 緒言

原子炉システムの安全は深層防護の思想を基本としてプラント安全性が確保されているが、昨今の安全性強化の要求に対してより高い事故耐性が求められており、供用中における異常の早期検知が重要である。Na 冷却高速炉は、高出力密度でなおかつ稠密な炉心構造を有しており、何らかの原因により炉心内に異物が混入した際に流路閉塞が懸念される。局所閉塞の発生時には冷却材の流量減少が生じ、炉心の冷却不十分に続く燃料の過熱を招き、冷却材沸騰の発生が予測される。本研究では沸騰時に発生する音圧を異常の早期検知に活用することを最終的な目的としている。本報告では可視化と現象に応じた音圧変化の時刻歴応答の関係の把握と分析をねらいとし、サブクール沸騰時に生じる音響データを取得し、時間-周波数表現の特徴量を学習させたラベル分類型・回帰分析型の2種の畳み込みニューラルネットワークの深層学習モデルを構築した。

2. 沸騰音響実験・深層学習

本研究のねらいとして異常検知技術開発に必要な基礎知見の取得整備にあり、可視化と現象に応じたプール沸騰時の音圧変化の時刻歴応答の関係の把握を行うべく、作動流体として超純水（電気伝導率：18.2 MΩ・cm）を用いた。電極間に水平に張った白金細線（直径 0.3 mm）に対して、直流電源を用いて電圧を印加し沸騰を発生させ、ハイドロフォンにより収録した。時間 - 周波数表現の二次元音響特徴量データを学習させた畳み込みニューラルネットワークの機械学習モデルを構築した。今回、AlexNet、VGG-16、ResNet-50 の3種のネットワークアーキテクチャを採用した。

3. 結言

本研究において短時間フーリエ変換に基づく時間 - 周波数表現の音響特徴量データを ResNet-50 に用いた場合が最良の正答率（99±0.4%）を示した。沸騰発生を高精度で識別することができる他、Grad-CAM に基づく識別根拠の可視化により重要度が高いと深層学習モデルが判定した音響周波数帯域が明らかとなった。また、回帰分析型の深層学習モデルを構築し、沸騰熱流束の数値を高精度（決定係数 0.99±0.00）に予測可能であることを検証した。本発表は文部科学省原子力システム研究開発事業（JPMXD0223813040）、科研費（23K03713）の助成による成果を含む。

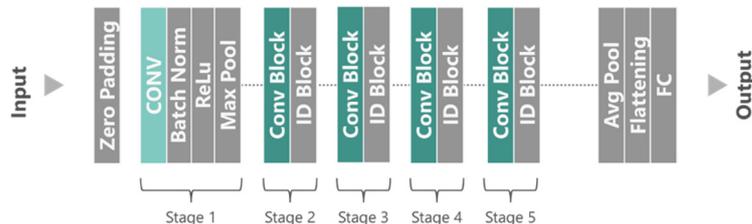


図1. ResNet-50 ネットワークアーキテクチャ

*Yoshitaka Ueki¹, Itsuki Hirako¹, Kosuke Aizawa² and Kuniaki Ara¹

¹TUS, ²JAEA.

PWRプラントへのデジタル安全保護系の ソフトウェア共通要因故障対策設備の導入

Implementation of Backup System to PWR Digital Reactor Protection System Considering Software Common Cause Failure Countermeasures

*内海 正文¹, 澁谷 理¹, 白澤 寛司¹, 清水 健太¹, 佐口 哲央¹
¹三菱重工

PWRプラントでは、デジタル化された安全保護系で用いられる制御ソフトウェアの共通要因故障に対する対策の一環で、多様性を有するバックアップ設備を設置してきた。さらに原子力エネルギー協議会（ATENA）による国内共通の技術要件書の発行を受け、全てのプラントでの改良を進めている。

キーワード： デジタル安全保護系、ソフトウェア共通要因故障

1. 導入の経緯

原子力発電所の安全保護系をデジタル化する際に、安全保護系の多重化された設備に共通して搭載される制御ソフトウェアに起因する共通要因故障（以下ソフトウェア CCF）の対策については、1970年代からの米国での議論を踏まえ、制御ソフトウェアの設計や対策設備の設置など当社独自の対策を実施しており、良好な運転実績を上げてきている。

その後、2020年にATENAから「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」が発行されたことを受け一部改良を図ってきている。

2. ソフトウェア CCF 対策設備の概要

ソフトウェア CCF 対策設備は、デジタル安全保護系が制御ソフトウェアの CCF によって全て機能喪失した状態を想定しても、運転時の異常な過渡変化事象および設計基準事故に対して、現実的な想定の中で安全性を確保可能なようにバックアップ機能（自動作動機能・手動操作機能・監視機能）を選定している。

CCF 対策設備は、デジタル安全保護系設備のソフトウェア CCF の影響を受けないように十分な多様性を有する必要があるため、PWRプラントでは従来のアナログ式の安全保護系の技術を応用した専用設備を適用している。

ほぼ全てのPWRプラントでは、既存のアナログ式の安全保護系をデジタル式に更新してきており、ソフトウェア CCF 対策設備も設置されていたため、ATENAの技術要件書発行を受けてバックアップ機能の範囲拡大など順次最新の設計に改良している。

3. 今後の取組み

デジタル安全保護系の信頼性は、従来からの様々な要求事項の適用や設計上の工夫、およびソフトウェア CCF 対策設備の設置等で十分確保されていると考えるが、さらなる安全性向上の観点からプラント全体のリスク低減の効果を踏まえた検討を継続してゆくことが重要である。

*Masafumi Utsumi¹, Osamu Shibuya¹, Hiroshi Shirasawa¹, Kenta Shimizu¹, Tetsuo Saguchi¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.